

열성층 및 냉각재 환경이 오스테나이트 배관의 피로수명에 미치는 영향 평가

최신범* · 우승완* · 장윤석* · 최재봉* · 김영진† · 이진호** · 정해동**
(2008년 6월 10일 접수, 2008년 7월 5일 수정, 2008년 7월 16일 심사완료)

Evaluation of Thermal Stratification and Primary Water Environment Effects on Fatigue Life of Austenitic Piping

Shin-Beom Choi, Seung-Wan Woo, Yoon-Suk Chang, Jae-Boong Choi, Young-Jin Kim, Jin-Ho Lee and Hae-Dong Chung

Key Words : Environmental Fatigue(환경피로), Global Stress Analysis(전역응력해석), Local Stress Analysis(국부응력해석), Metal Fatigue(금속피로), Thermal Stratification(열성층)

Abstract

During the last two decades, lots of efforts have been devoted to resolve thermal stratification phenomenon and primary water environment issues. While several effective methods were proposed especially in related to thermally stratified flow analyses and corrosive material resistance experiments, however, lack of details on specific stress and fatigue evaluation make it difficult to quantify structural behaviors. In the present work, effects of the thermal stratification and primary water are numerically examined from a structural integrity point of view. First, a representative austenitic nuclear piping is selected and its stress components at critical locations are calculated in use of four stratified temperature inputs and eight transient conditions. Subsequently, both metal and environmental fatigue usage factors of the piping are determined by manipulating the stress components in accordance with NUREG/CR-5704 as well as ASME B&PV Codes. Key findings from the fatigue evaluation with applicability of pipe and three-dimensional solid finite elements are fully discussed and a recommendation for realistic evaluation is suggested.

기호설명

<p>C : 유체 전도도</p> <p>C_1, C_2, C_3 : 이차응력지수</p> <p>D_0 : 배관 외경</p> <p>E : 탄성계수</p> <p>E_{ab} : 재료 및 형상의 불연속시 두 부분 탄성계수의 평균</p> <p>F_{en} : 환경피로보정계수</p> <p>h : 유체 막계수</p> <p>I : 면적관성모멘트</p>	<p>K_1, K_2, K_3 : 국부응력지수</p> <p>M_1 : 모멘트</p> <p>P_0 : 설계압력</p> <p>Pr : 프란틀수</p> <p>Re : 레이놀즈수</p> <p>S_p : 침투응력</p> <p>t : 배관 두께</p> <p>T_a, T_b : 재료 및 형상의 불연속으로 계산되는 두께방향 온도의 평균값</p> <p>T_{top}, T_{bottom} : 배관 상부와 하부에서의 온도</p> <p>$\Delta T_1 , \Delta T_2$: 배관의 내벽과 외벽의 온도차에 의해 계산되는 온도</p> <p>α : 열팽창계수</p> <p>α_{ab} : 재료 및 형상의 불연속시 두 부분 열팽창계수의 평균</p> <p>$\dot{\epsilon}$: 변형률속도</p>
--	---

† 책임저자, 회원, 성균관대학교 기계공학부
E-mail: yjkim50@skku.edu
TEL: (031)290-5002 FAX: (031)290-5276

* 성균관대학교 기계공학부

** 한국원자력안전기술원 기계해석실

$\dot{\epsilon}^*$: 변형률속도 매개변수
O^*	: 용존산소량 매개변수
T^*	: 온도 매개변수
ν	: 푸아송비

1. 서 론

우리나라를 포함한 각국의 원자력 산업계에서는 발전소의 안전성과 효율성 향상을 목표로 지속적인 연구개발을 수행하여 왔다. 특히 지난 20여 년간은 수명관리를 통한 가동 원전의 계속운전(continued operation)과 신규 원전의 60년 설계수명 보장을 위해 상당한 노력을 기울이고 있다.^(1,2) 관련 기술의 범위가 워낙 넓고 노형별 특성이 상이하여 모두 열거할 수는 없으나, 배관계통의 구조 건전성 확보 측면에서 주목해야 할 대표적 기술사항으로 열성층(thermal stratification)과 냉각재 환경(primary water environment)의 영향을 들 수 있다.

열성층 현상은 배관에 흐르는 서로 다른 온도의 유체가 밀도 차에 의해 층을 이룰 때 발생하며, 이로 인해 유발된 과도한 열응력이 배관의 건전성을 저해할 수 있으므로 중요하다. 국내 가동원전의 경우 OPR(Optimized Power Reactor) 1000을 제외한 발전소 주요 배관 설계 당시 열성층 현상을 고려하지 않았기 때문에 배관 내 유동해석 연구^(3,4)와 부분모델을 이용한 개략적 피로평가⁽⁵⁾ 등이 수행된 바 있으나, 인허가 이후의 계속운전 여부를 뒷받침하기 위해서는 추가적인 연구가 필요한 실정이다. 이와 더불어 현행 ASME B&PV Code Sec. III에 수록되어 있는 피로곡선(fatigue curve)은 고온의 냉각재를 포함하는 실제 운전조건 대신 이상적인 대기조건에서의 상온 시험결과에 근거를 두되 해당 피로수명 및 응력 매개변수에 각각 20과 2의 안전여유를 부여하였기 때문에 보수적인 것으로 인식되어 왔다.⁽⁶⁾ 그러나 최근 미국과 일본에서 생산된 피로수명 데이터는 가압경수로 원전(Pressurized Water Reactor, PWR)의 고온, 고압 운전 환경에 의해 재료 표면에 부식 현상이 발생되고 피로 저항성에 큰 영향을 미침을 보여주고 있다.^(7,8) 우리나라에서도 일부 환경피로(environmental fatigue) 실험을 수행하여 ASME B&PV Code에 제시된 피로곡선이 실제 발전소 운전조건을 모사하여 구한 데이터에 비해 보수적이지 않음을 입증한 바 있으나,⁽⁹⁾ 국외 선진기관의 노력에는 미치지 못하고 있는 실정이다.

현재 열성층과 발전소 운전환경이 구조물의 건

전성에 미치는 문제점을 해결하기 위해 각 국가 및 기관별로 다양한 방안을 제안하고 있으나 상세 기술사항은 명확히 공개되지 않고 있다. 따라서 본 연구에서는 원전 배관계통에서 발생할 수 있는 열성층 현상과 냉각재 환경이 피로 특성에 미치는 영향을 종합적으로 분석하고자 한다. 먼저 대표적인 오스테나이트 배관을 선정하여 주요 관심부위에서의 해당 응력성분을 계산하고, 일반적인 과도 해석 결과와 합산하여 금속피로 수명을 결정하며, 재료 및 운전조건을 반영하여 최종적인 환경피로 수명을 결정한다. 또한 유한요소해석 측면에서 논란이 되고 있는 배관요소(pipe element)와 3차원요소(3D solid element) 채택 여부에 따른 차이점을 비교하고 이에 따른 결과를 정량화함으로써 적합한 수치해석 절차와 개선방안을 도출하고자 한다.

2. 열성층 현상을 고려한 응력해석

2.1 해석 대상 및 조건

해석 대상으로는 웨스팅하우스형 587MWe급 PWR 원자로 냉각재계통 주배관의 하나인 고온관(hot leg)과 가압기를 연결하는 밀림관(surge line)을 선정하였다. 이는 열성층이 가장 빈번하게 발생하는 부위로서 배관 내경은 323.85mm, 두께는 33.45mm, 전체 길이는 약 18m이다. Fig. 1은 밀림관의 개략적인 형상과 구속조건 및 관심부위를 나타낸 것이다. 양 끝단에서의 구속조건 영향을 최소화하기 위해 지점(Location) A 이후는 고온관의 중간까지 그리고 지점 B 이후는 밀림노즐(surge nozzle) 높이만큼 치수를 연장하여 완전구속 하고, 지지대가 부착되어 있는 수평배관 3곳의 자유도는 실제와 동일하게 수직방향만을 구속하였다.

열성층에 기인한 배관 상하부 온도차이 및 발생 횟수와 같은 해석조건은 발전소별 밀림 유입/유출(insurge/outsurge) 상태, 온도센서를 이용한 감시데이터(monitored data), 현장 운전원 면담(operator interviews) 결과 등을 면밀히 검토하고 결정하여야 하기 때문에 일반화하는 것은 상당히 어렵다. 본 연구에서는 Table 1에 제시한 Case 1~4의 4가지 조건⁽¹⁰⁾에 대해 상용 유한요소해석 프로그램인 ANSYS Ver. 9.0⁽¹¹⁾을 이용한 응력해석을 수행하였으며, 이때 사용이 간편한 배관요소와 실제 형상을 모사하는 3차원요소 2가지 해석모델을 채택하였다. 3차원 해석모델의 경우 두께방향으로 2개, 4개, 6개의 요소층을 생성시킨 후 민감도 분석을 수행한 후 이중 굽힘의 영향을 정확히 모사할 수 있

으면서도 해석시간을 단축할 수 있는 4개의 3차원 요소층을 생성시킨 모델을 최종적으로 채택하였다. 표에서 T_{top} 과 T_{bottom} 은 각각 배관 상부 및 하부에서의 온도를 의미하며, 지점 A와 C에 적용한다. 가압기 하부에 해당하는 지점 B는 열성층이 존재하지 않는 부위이므로 T_{top} 에 해당하는 온도를 적용한다. Fig. 2는 선행연구⁽¹²⁾에서 동일 밀립관을 대상으로 Case 1에 대해 상용 전산유체동역학(Computational Fluid Dynamics: CFD) 해석 프로그램인 Fluent ver. 6.2로 계산한 200초 후의 상세 온도 분포의 예를 나타낸 것이다. Fig. 2(a)는 배관을 고려한 유동해석 결과이고 Fig. 2(b)는 배관을 고려하지 않는 유동해석 결과인데, 지점 C에서 벽면의 고려 유무에 따라 절대값에서 다소 차이는 있으나 양자 모두 배관의 중심부를 기준으로 비교적 대칭적인 열성층 온도분포가 생성됨을 확인할 수 있다. 배관요소를 이용한 해석시 상하부 온도차이를 구배하중 형태로 작용시켰으며, 3차원요소를 이용하는 경우에는 민감도 분석을 거쳐 중심부를 기준으로 이분화하여 상하부 온도 값을 적용하였다. 최종적으로 요소 형태에 따라 서로 다른 입력조건을 적용한 이유는 응력성분의 신뢰성 검증을 포함하여 배관 단면에서의 작용모멘트 계산방법이 상이하기 때문이다. 보다 구체적인 내용은 2.3절과 2.4절에 기술하였다.

2.2 물성치

밀립관은 SA376 TP312 오스테나이트강으로 제작되었으며, 해석을 위해 ASME B&PV Code Sec. II⁽¹³⁾에 제시된 온도의존적 물성치를 사용하였다. 이에 해당하는 상온과 371°C 사이의 탄성계수 범위는 195~171GPa, 허용응력(allowable stress)은 138~112MPa, 열전도도(thermal conductivity)는 43.72~62.46W/m²·°C, 열확산계수(thermal diffusivity)는 0.76~0.95m²/sec, 열팽창계수(thermal expansion)는 32.9~42.0×10⁶/°C, 비열(specific heat)은 491.97~548.82J/kg·°C이며, 푸아송비(Poisson's ratio)는 온도에 무관하게 0.3으로 가정하였다. 또한 유체 막계수(h)는 PIPESTRESS 매뉴얼⁽¹⁴⁾에 제시된 다음 식으로 계산하였다.

$$h = 0.023 \times C \times Re^{0.8} \times Pr^{0.4} / ID \quad (2)$$

여기서, C 는 유체 전도도(fluid conductivity)로서 그 값은 0.56W/m·°C이고, Re 는 레이놀즈수(Reynolds number)로서 2.5×10⁵이며, Pr 은 프란틀수(Prandtl number)로서 0.9524이다. 식 (2)를 이용하여 유량이 136m³/hr(500gpm)일 때 계산된 유체 막계수 값은 168.85W/m²·°C이다.

Table 1 Stratified temperature inputs at locations A and C

Case	T_{top} (°C)	T_{bottom} (°C)
1	218	52
2	345	285
3	345	271
4	345	216

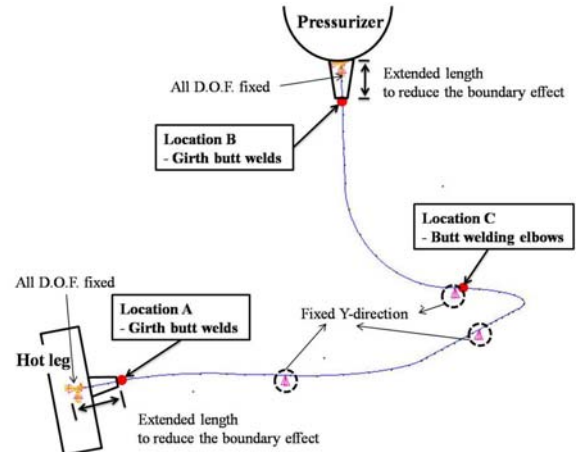


Fig. 1 Schematic drawing of austenitic piping system

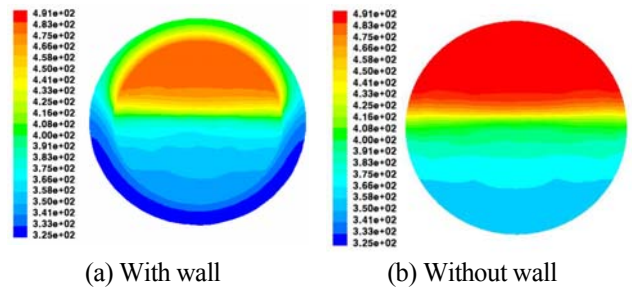


Fig. 2 Temperature distribution obtained from CFD analyses at Location C⁽¹²⁾

2.3 배관요소를 이용한 해석

열성층 현상이 배관에 미치는 영향을 평가하기 위해 전역응력해석(global stress analysis)과 국부응력해석(local stress analysis)을 수행하였다. ASME B&PV Code Sec. III NB-3600 절차(일명 design by code)에 따라 식 (1)을 이용하여 계산하였다.

$$S_p = K_1 C_1 \frac{P_o D_o}{2t} + K_2 C_2 \frac{D_o}{2I} M_i + \frac{1}{2(1-\nu)} K_3 E \alpha |\Delta T_1| + K_3 C_3 E_{ab} \times |\alpha_a T_a - \alpha_b T_b| + \frac{1}{1-\nu} E \alpha |\Delta T_2| \quad (1)$$

여기서, C_1 , C_2 , C_3 는 이차응력지수(secondary stress indices), K_1 , K_2 , K_3 는 국부응력지수(local stress indices)이다. M_i 는 모멘트(resultant moment)를 의미하며, 전역응력해석을 통해 구할 수 있다. $|\Delta T_1|$ 은 배관의 내벽과 외벽의 온도 차에 의해 발생하는 선형 항이고,

$|\Delta T_2|$ 는 ΔT_1 을 제외한 비선형 항이며, T_a 와 T_b 는 재료 및 형상의 불연속으로 계산되는 두께방향 온도의 평균값이다. 각각의 온도 매개변수들의 값은 국부응력해석을 통해 결정할 수 있다.

전역응력해석을 위해 Pipe 16(elastic straight pipe)과 Pipe 18(elastic elbow pipe element) 배관요소로 구성된 유한요소모델을 사용하였다. ANSYS의 'wall gradient' 옵션을 사용하였는데, 이는 배관 단면에 선형적인 온도구배를 적용하고 길이방향으로 동일한 온도 값을 적용시키는 방법이다. 배관요소를 사용하는 경우 모델링이 간편하고 계산비용이 저렴한 장점이 있으나, 특성상 지점 C와 같이 수평이 아닌 곡관(elbow) 연결부 단면에도 국부적인 온도구배를 적용해야 하는 문제점이 있다. 한편 국부응력해석은 단면의 불균일한 온도분포로부터 ASME B&PV Code에 부합하는 응력 값을 계산하기 위해 수행한다. ΔT_1 과 ΔT_2 에 의해 발생하는 반경방향 불균일 온도분포 열응력과 T_a 와 T_b 에 의해 발생하는 축방향 평균온도차 열응력으로 구분할 수 있는데, 계산방법은 ASME B&PV Code Sec. III NB-3653에 상세히 제시되어 있으므로 생략하였다. 국부응력해석 모델은 2차원 Plane13(plane strain element) 요소로 구성하였고, 좌우 대칭성을 고려하여 1/2만 모델링 하였으며, ΔT_1 와 ΔT_2 는 내벽과 외벽의 온도차가 제일 큰 위치에서 계산하였다. 관심부위(Location A, B, C)에서의 첨두응력 계산에 필요한 응력지수들은 ASME B&PV Code Sec. III NB-3683.7에 따라 결정하였으며, 단열재의 영향은 거의 없으므로 무시하였다.

2.4.3 차원요소를 이용한 해석

배관요소의 제한성 확인과 비교를 위해 I-DEAS ver. 10⁽¹⁵⁾을 사용하여 3차원 모델을 작성하였다. 채택한 요소형태는 Solid 181(brick element, 20nodes)이며 278,712개의 절점과 58,464개의 요소로 구성하였다. 곡관의 일부를 포함하여 해석 대상의 수평부분에 한해 배관요소와 유사하게 8개 영역의 선형적 온도분포를 적용한 모델(Method A)과 중심부를 기준으로 이분화하여 상하부 온도 값을 적용한 모델(Method B)에 대해 온도차가 가장 큰 Case 1을 대상으로 민감도 분석을 수행하였다. Fig. 3은 2가지 온도입력 방법의 차이와, 이 중 Method B에 의해 변형된 형상을 도식적으로 나타낸 것이다. Table 2는 민감도 분석결과를 정리한 것으로서 Method B를 채택하였을 때의 응력강도(stress intensity)가 평균적으로 2배 이상이며, 예상했던 대로 수평배관에서의 차이가 더 커짐을 알 수 있다.

따라서 본 연구에서는 보수적인 Method B를 채택하여 Case 2~4에 대한 추가적인 열성층 해석을 수행하고, ASME B&PV Code Sec. III NB-3200 절차에 따라 3차원 모델에서의 첨두응력을 계산하였다.

2.5 열성층 해석결과 고찰

Table 3은 배관요소와 3차원요소를 사용하여 구한 교번응력(alternating stress)을 비교한 것이다. 열성층 해석조건에 따라 다소 차이는 있으나 고온관과 연결되는 지점 A와 수평배관과 연결되는 곡관 지점 C에서의 교번응력 값은 서로 유사하게 나타났으며, 가압기 하부와 수직으로 연결되는 지점 B의 경우에는 배관요소를 사용하여 구한 교번응력 값이 3차원 요소에 비해 최대 2.2배 정도 크게 나타났다. 이러한 결과는 지점 A와 C에서의 3차원 요소 입력조건이 배관요소에 비해 보수적임에도 불구하고 구속조건과 교번응력 계산방법의 차이로 인해 전체적인 변형거동이 위치에 따라 다르게 발생하였기 때문인 것으로 생각된다. 또한 배관의 실제 두께를 고려하는 3차원요소와 박관이론(thin-wall theory)에 기반을 둔 배관요소⁽¹¹⁾의 특성 차이도 상이한 교번응력을 유발하는 주요 원인의 하나인 것으로 판단된다.

Jhung 등⁽¹⁶⁾은 배관계통을 구성하는 요소인 단일 직관과 곡관을 각각 배관요소, 셸(shell)요소, 3차원 요소로 모델링하여 열성층 해석을 수행한 바 있다. 배관의 직경은 동일하나 재질이 다르기 때문에 직접적인 정량 비교는 어렵지만, Method A와 같이 상하부에 선형적 온도구배를 작용시켰을 때 배관요소로 계산한 응력은 셸 및 3차원 요소로 구한 응력과 3.25~5.75배의 차이를 보였다. 이에 따라 Jhung 등은 열성층 현상을 고려한 응력해석 측면에서 배관요소 사용에 대한 의문을 제기하였으며, 해석결과가 요소형태에 좌우될 수 있음을 감안하여 보수적인 이분화 온도분포의 적용을 권고하였다. 본 논문의 저자들 또한 열성층 현상의 모사를 위해서는 보다 실제적인 3차원요소를 사용하되 불확실성을 보완하기 위해 Method B를 채택하는 것이 적절한 것으로 판단하고 있다.

Table 2 Sensitivity analysis results

Location	Stress intensity(MPa)	
	Method A	Method B
A	299	633
B	86	112
C	164	591

Table 3 Thermal stratification analysis results

Case	Alternating stress(MPa)					
	Location A		Location B		Location C	
	pipe	3D solid	pipe	3D solid	pipe	3D solid
1	367.0	316.7	103.6	55.9	231.2	295.6
2	137.4	150.0	88.9	41.4	98.1	117.2
3	172.1	196.3	94.3	43.0	117.6	163.1
4	88.9	93.1	90.8	42.5	68.7	61.9

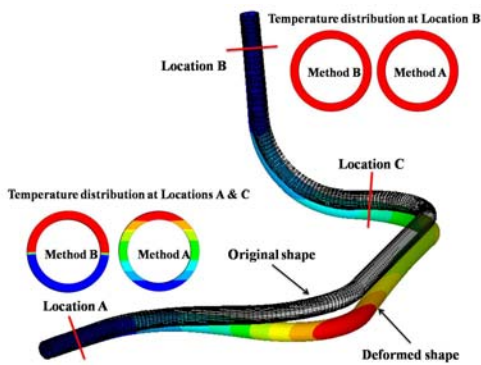


Fig. 3 Temperature inputs and deformed shape of sensitivity analysis

3. 금속피로 평가

3.1 과도해석

본 절에서는 열성층 해석과는 별도로 운전조건 변화에 따른 과도해석을 수행하였으며, 2장에서와 마찬가지로 전역응력해석과 국부응력해석을 통해 최종적으로 교변응력을 계산하였다. 해석에 필요한 밀림관 과도상태의 수가 워낙 많기 때문에 Fig. 4에 제시한 8가지 경우(Type 1 ~ Type 8)⁽¹⁰⁾만을 선택하였으며, 이로 인해 해석결과는 누적손상계수 (Cumulative Usage Factor, CUF)가 아닌 대표적 과도상태로부터 계산된 사용계수(Usage Factor, UF)임을 밝혀둔다. 기하학적 형상과 물성치는 전술한 바 있으며, 관심부위에서의 첨두응력은 Table 4에 정리하였다.

3.2 일반적인 금속피로 평가

과도해석 결과와 ASME B&PV Code Sec. III, Appendix I⁽¹⁷⁾에 제시된 피로곡선을 이용하여 하중조합 방식의 금속피로 평가를 수행하였다. M_1 와 $\Delta T_1, \Delta T_2$ 값은 시간에 따라 변화하므로 첨두응력의 이력을 계산하였으며, 이는 4.2절의 환경피로보정계수 결정시에도 사용된다. 하중조합 방식은 개별 과도상태에서 얻은 최대/최소 첨두응력을 조합하

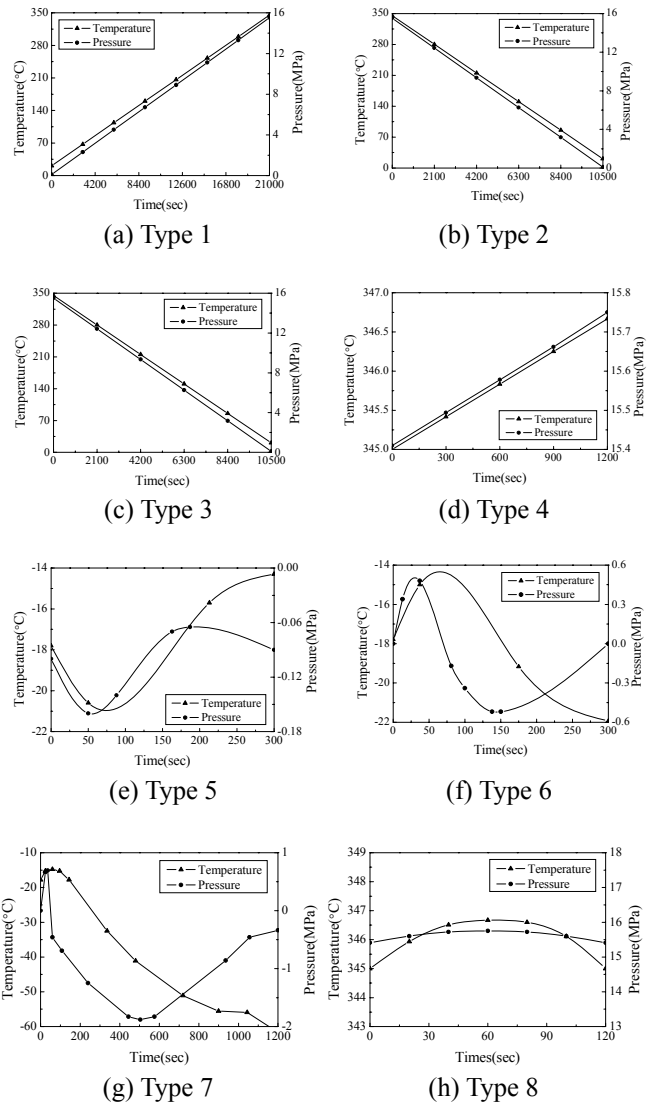


Fig. 4 Transient conditions of austenitic piping system

여 사이클을 형성하고, 발생횟수가 완전히 소진할 때까지 재조합 하는 것이다. 관심부위의 $UF_{transient}$ 는 각각 1.3×10^{-5} (Location A), 8.3×10^{-5} (Location B), 0 (Location C)으로 계산되었으며, 이는 대표적 과도상태를 모두 고려한 점에 비추어 볼 때 상당히 작은 값이다.

3.3 열성층을 고려한 금속피로 평가

열성층을 고려한 금속피로 평가는 하중조합을 이용한 일반적인 금속피로 평가 결과와 열성층 해석결과를 이용한 피로 평가 결과를 합산하는 방식으로 수행하였다. Table 5는 이에 따른 피로사용계수($UF_{transient+stratification}$)를 정리한 것으로서 과도해석 결과만을 활용한 $UF_{transient}$ 값이 워낙 작기 때문에 열성층에 의한 응력성분이 지배적인 영향을 미치는 것으로 나타났다.

Table 4 Transient analysis results

Transient	Peak stress(MPa)		
	Location A	Location B	Location C
Type 1	192	255.33	175.67
Type 2	189.23	245.88	175.16
Type 3	2.96	3.29	2.96
Type 4	56.7	64.42	54.94
Type 5	1.34	10.17	9.38
Type 6	5.93	16.6	16.03
Type 7	2.96	3.29	2.96
Type 8	2.16	7.32	6.99

Table 5 Metal fatigue usage factor considering thermal stratification

Element type	UF _{transient+stratification}		
	Location A	Location B	Location C
Pipe	0.0344	0.000104	0.001
3D solid	0.0314	0.000083	0.013

4. 환경피로 평가

4.1 평가방법 분석

1972년 원자로 운전환경이 피로수명을 좌우할 수 있음이 보고된 이후 냉각수의 영향을 고려한 피로평가 필요성과 논란이 꾸준히 제기되고 있다. 미국 USNRC(U.S. Nuclear Regulatory Commission)에서는 NUREG/CR-6260,⁽¹⁸⁾ CR-5704,⁽¹⁹⁾ CR-6583⁽²⁰⁾을 발간하고 원전의 주요 평가 부위 및 재료에 따른 환경피로보정계수 계산식을 제시하였다. 또한 2007년에는 Regulatory Guide 1.207⁽²¹⁾을 발간하여 환경피로보정계수를 이용한 평가지침을 제시하고 새로 건설중인 원전에 이를 적용하도록 권고하고 있다. 일본 기계학회에서도 2006년 자체적인 JSME S NF-1⁽²²⁾ 지침을 발간한 바 있으며, Higuchi는 다양한 재료를 대상으로 실험 및 환경피로보정계수 수정안을 제시하였다.⁽²³⁾

환경피로 평가법은 크게 새로운 피로곡선을 사용하는 방법과 보정계수를 사용하는 방법으로 분류할 수 있다. 본 연구에서는 원전 1차측 수화학 조건과 재료 특성에 따라 보정계수를 계산하고 환경피로 평가를 수행하는 방법을 채택하고자 한다.

4.2 환경피로보정계수 결정

대상배관의 재질이 오스테나이트 스테인리스강이므로, NUREG/CR-5704에 제시된 절차를 활용하였다. 환경피로보정계수(F_{en})는 식 (3)에 나타낸 바

와 같이 온도, 용존산소량(dissolved oxygen level), 변형률속도(strain rate) 등 3가지 매개변수에 이용하여 계산한다.

$$F_{en} = \exp(0.935 - T^* \varepsilon^* O^*) \quad (3)$$

여기서,

$$T^* = \begin{cases} 0 & (T < 200^\circ\text{C}) \\ 1 & (T \geq 200^\circ\text{C}) \end{cases}$$

$$\varepsilon^* = \begin{cases} 0 & (\dot{\varepsilon} > 0.4\%/s) \\ \ln(\dot{\varepsilon}/0.4) & (0.0004 \leq \dot{\varepsilon} \leq 0.4\%/s) \\ \ln(0.0004/0.4) & (\dot{\varepsilon} < 0.0004\%/s) \end{cases}$$

$$O^* = \begin{cases} 0.260 & (DO < 0.05 \text{ ppm}) \\ 0.172 & (DO \geq 0.05 \text{ ppm}) \end{cases}$$

이다.

본 연구의 대상인 밀림관 운전조건을 고려할 때 매개변수 T^* 와 O^* 는 각각 1과 0.26에 해당하며, ε^* 결정에 필요한 변형률속도($\dot{\varepsilon}$)는 아래의 식에 따라 결정할 수 있다.

$$\varepsilon^* = \frac{\Delta S_p}{E \cdot \Delta t} \quad (4)$$

여기서, Δt 는 시간의 증분량이고, ΔS_p 는 첨두응력의 증분량이며 하중조합 방식에 따라 첨두응력을 조합하여 계산한다. Table 4에 제시한 Type 1과 Type 7의 첨두응력을 조합하였을 때 가장 큰 ΔS_p 가 계산되며 나머지는 피로한도(endurance limit) 아래의 값이므로 고려하지 않았다. 계산된 변형률속도 0.0000077%/s에 따른 매개변수 ε^* 의 값은 -6.91이며, 식 (3)에 따른 F_{en} 값은 15.4이다.

4.3 환경피로 평가

일반적인 환경피로 사용계수는 과도조건에 의한 금속피로 사용계수에 보정계수를 곱해서 결정하며, 그 결과 관심부위에서 각각 0.0002(Location A), 0.0013(Location B), 0(Location C)의 값을 얻었다. 최종적으로 열성층 현상까지를 고려한 환경피로사용계수(UF_{environment})는 식 (5)에 의해 결정되며, 계산결과 Table 6에 정리하였다. 표에서 확인할 수 있듯이 열성층 현상과 냉각재환경의 영향을 함께 고려하였을 때의 피로사용계수는 F_{en} 에 비례하여 급격히 증가하게 된다. 비록 모든 열성층 및 과도

Table 6 Environmental fatigue usage factor considering thermal stratification

Element type	UF _{environment}		
	Location A	Location B	Location C
Pipe	0.53	0.0015	0.02
3D solid	0.48	0.0013	0.20

해석조건을 고려한 것은 아니나 3 차원요소를 사용한 경우의 피로평가 결과는 설계수명 기간 동안의 안전여유를 보여주고 있으며, 해석결과의 타당성은 배관요소를 이용한 경우와 달리 열성층이 지배적인 지점 A 와 C 에서의 피로사용계수가 상대적으로 크게 예측되었다는 점에서 간접적인 유추가 가능하다.

$$UF_{environment} = F_{en} \times UF_{transient} + F_{en} \times UF_{stratification} \quad (5)$$

5. 결론

본 연구에서는 대표적인 원전 오스테나이트 배관을 대상으로 응력해석과 금속피로 및 환경피로 평가를 수행하였다. 이를 통해 열성층 현상과 수화환 환경이 구조물의 피로 건전성에 미치는 영향을 분석하였으며, 주요 결과는 다음과 같다.

(1) 선행 유동해석 결과를 토대로 구속조건, 요소형태 및 두께방향 요소수 등을 변화시키면서 민감도 분석을 수행하였으며, 배관 상하부 온도차에 기인한 열성층 해석을 위해서는 3차원요소를 사용하되 수치해석적 불확실성의 보안을 위해 중심부 기준으로 이분화된 온도 값을 작용시키는 것이 적합함을 확인하였다.

(2) 국내 가동원전 밀림관을 대상으로 4가지 열성층과 8가지 과도상태 조건에 대한 전역유한요소 해석 및 국부유한요소해석을 수행하였으며, 이를 이용한 금속피로 평가 결과 배관 수평부에서 열성층에 의한 응력성분이 배관 수명에 지배적인 영향을 미침을 확인하였다.

(3) 응력이력과 오스테나이트 재질 및 가압경수로 운전특성을 고려하여 구한 밀림관의 환경피로 보정계수는 15.4로 상당히 크게 나타났다. 본 연구에서 다룬 8가지 이외의 나머지 과도상태에 대해서도 추가적인 해석을 수행하고 이를 토대로 ASME 허용기준의 만족여부를 평가할 필요가 있다.

참고문헌

- (1) Kim, J. S., Chang, Y. S., Jin, T. E. and Jeong, I. S., 2000, "Development Processing of Aging Management Programs for Major SSCs of a PWR Plant," *Proceedings of 12th International Conference of Pacific Basin Nuclear Conference*.
- (2) Simonen, F. A., Kaheel, M. A., Phan, H. K., Dedhia, D. O., Kalinousky, D. N. and Shaukat, S. K., 2001, "Evaluation of Environmental Effects on Fatigue Life of Piping," *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 208, pp. 143~165.
- (3) Jung, I. S., Kim, Y., Youm, H. K. and Park, M. H., 1996, "Thermal Stratification in a Horizontal Pipe of Pressurizer Surge Line," *Korea Society of Mechanical Engineers (KSME) Transaction (B)*, Vol. 20, No. 4, pp. 1449~1457.
- (4) Choi, S. K., Kim, S. and Kim, S. O., 2005, "Evaluation of Turbulence Models for Analysis of Thermal Stratification," *Journal of Computational Fluid Engineering*, Vol. 10, pp. 12~17.
- (5) Chang, B. S., Lim, J. S., Lee, S. G., Lee, S. H., Kim, W. B., Yang, S. O., Chung, I. S. and Lee, H. Y., 1996, "Evaluation of PWR Pressurizer Surge Line Integrity for Thermal Stratification," *Proceeding of the Korea Society of Mechanical Engineering (KSME) 1996 Annual Fall Conference*.
- (6) Higuchi, M., 2007, "History of Fatigue Design Criteria and Effects of Mean Stress on Fatigue," *2007 KEPIC-WEEK, Gyeongju*.
- (7) Pleune, T. T. and Chopra, O. L., 2000, "Using Artificial Neural Networks to Predict the Fatigue Life of Carbon and Low-Alloy Steels," *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 197, pp. 1~12.
- (8) Higuchi, M., 2004, "Revised Proposal of Fatigue Life Correction Factor Fen for Carbon and Low Alloy Steels in LWR Water Environment," *Journal of Pressure Vessel Technology*, Vol. 126, pp. 438~444.
- (9) Jeong, I. S., Ha, G. H., Kim, T. R. and Jeon, H. I., 2008, "Characteristics of the Cycle Hardening in Low Cycle Environmental Fatigue Test of CF8M Stainless Steel," *Korea Society of Mechanical Engineers (KSME Transaction (A))*, Vol. 32, No. 2, pp. 177~185.
- (10) KINS, 2007, "Temperature Input at Surge Line of PWR," *Private Communication*.
- (11) ANSYS, 2004, "Introduction of ANSYS."
- (12) KINS, 2007, "Fatigue Life Analysis of Surge Line and Branch Line of Kori Unit 1," *KINS/HR-827*.
- (13) American Society of Mechanical Engineers, 1992, "ASME B&PV Code Sec. II - Materials," *ASME Boiler and Pressure Vessel Code*.
- (14) DST Computer Service, 2004, "PIPESTRESS Theory manual."
- (15) SDRC Korea, 2000, "I-DEAS Assembly Design."
- (16) Jhung, M. J. and Choi, Y. H., 2008, "Stress Analysis of Surge Line for Thermal Stratification," *1st ANSYS Workshop, Muju Resort*.

- (17) American Society of Mechanical Engineers, 1998, "ASME B&PV Code Sec. III Appendix. I Design Stress Intensity Values, Allowable Stresses, Material Properties and Design Fatigue Curves," *ASME Boiler and Pressure Vessel Code*.
- (18) U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1995, "Application of NUREG/CR-5999 Interim Fatigue Design Curves to Selected Nuclear Power Plant Components," *NUREG/CR-6260*.
- (19) U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1999, "Effects of LWR Coolant Environments on Fatigue Design Curves of Austenite Stainless Steels," *NUREG/CR-5704*.
- (20) U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1998, "Effect of LWR Coolant Environments on Fatigue Design Curves of Carbon and Low Alloy Steels," *NUREG/CR-6583*.
- (21) U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2007, "Guidelines for Evaluation Fatigue Analyses Incorporating the Life Reduction of Metal Components due to the Effects of the Light-Water Reactor Environment for New Reactors," *U.S. NRC Regulatory Guide 1.207*.
- (22) The Japan Society of Mechanical Engineers, 2006, "Environmental Fatigue Design Method for Nuclear Power Plants," *JSME S NF1-2006*.
- (23) Higuchi, M., 2007, "Standardization of Fatigue Damage Evaluation Method in LWR Water Environments," *2007 KEPIC-WEEK, Gyeongju*.